

核燃料輸送物設計承認申請の申請内容について (JRC-80Y-20T型)

2022年 7月 15日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所
研究炉加速器技術部 研究炉技術課

1. JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の概要について
2. 安全解析
(構造解析、熱解析、密封解析、遮蔽解析、臨界解析)
3. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

1. JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の概要について

1.1 使用の目的

本輸送容器は、原子力科学研究所に設置されているJRR-3に保管されている使用済燃料要素を米国の施設へ輸送するために用いるものである。

1.2 本核燃料輸送物の主な仕様

核燃料輸送物の種類	B U型核分裂性輸送物
輸送容器の外形寸法	外径：約1.9m 高さ：約2.1m
核燃料輸送物の重量	23.2トン以下
輸送容器の主要材料	(a)本体・蓋 ステンレス鋼 (b)燃料バスケット ステンレス鋼・中性子吸収材 (c)フィン（放熱兼緩衝用） ステンレス鋼



JRC-80Y-20T型輸送容器

1. JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の概要について

本輸送容器に収納する使用済燃料（BU型核分裂性輸送物）

種類		使用済シリサイド標準型燃料要素	使用済シリサイドフォロー型燃料要素	使用済MNU燃料要素
全装荷数（体）		40以下	40以下	160（本）以下
性状	物理的形態	固体		
	化学的形態	ウランシリコンアルミニウム分散型合金(U ₃ Si ₂ -Al)	ウランシリコンアルミニウム分散型合金(U ₃ Si ₂ -Al)	天然ウラン(U)
崩壊熱（W／基）		2.24×10 ³ 以下	1.43×10 ³ 以下	7.24×10 ¹ 以下

注) 1つの輸送容器に使用済シリサイド標準型燃料要素及び使用済シリサイドフォロー型燃料要素は混載できる。

注) 収納物表面から1m離れた位置での空気吸収線量率は1Gy/h以上

2. 安全解析（構造解析）

（構造解析）

一般及び特別の試験条件下において熱応力及び内圧の評価には有限要素法解析コードABAQUS等を用い、落下試験解析には有限要素法解析コード LS-DYNAを用いた数値解析により、評価を行った。

- 本輸送物が規則に定められた輸送物の要件を全て満たし、一般及び特別の試験条件下においても、内外圧差及び熱的荷重を受けても必要な密封性能及び遮蔽性能を有する。
- 本輸送物は9m水平落下時において一部に微少な塑性変形を生じる角型用バスケット以外、臨界及び熱解析の基本となる形状に影響を及ぼすような変形を起こさないことが確かめられた。
- 核分裂性輸送物に係る試験条件下においても、解析の結果、本輸送物の角型用バスケット以外、未臨界評価の基本となる形状に影響を及ぼさないことが確かめられた。

2. 安全解析（熱解析、密封解析）

（熱解析）

一般の試験条件及び特別の試験条件下の各部温度評価は、信頼性の高い計算コードABAQUSにより計算を実施した。

- 一般及び特別の試験条件において規則で定められた基準値を満足した。
- 構造強度、密封性能及び遮蔽性能に有意な影響を及ぼさないことが確かめられた。

（密封解析）

一般及び特別の試験条件下の輸送物内部の放射能濃度を 3.7×10^{-6} TBq/m³とし、気体の漏えい量はANSI-N14.5 1997年版を用いて放射性物質の漏えい量を求めた。

- 一般及び特別の試験条件において、規則及び告示に定められた放射性物質の漏えい量の基準値を満足することが確かめられた。

2. 安全解析（遮蔽解析、臨界解析）

（遮蔽解析）

線源評価を一点近似の燃焼計算コードORIGEN及びORIGEN-JRで行い、 γ 線量当量率の評価に点減衰核積分法に基づく遮蔽計算コード QAD-CGGP2R、中性子線量当量率の評価に二次元輸送計算コード DOT3.5を用いて行った。

- 通常輸送時、一般及び特別の試験条件下において、本輸送物の表面及び表面から 1 m の線量当量率が規則に定められた基準値に比べて、十分低い値であることが確かめられた。

（臨界解析）

三次元モンテカルロコードKENO-Vaを用いて評価を行った。

- 一般の試験条件において、臨界評価に影響するような構造物の変形等が生じないことを示した。
- 通常輸送時における輸送物、一般及び特別の試験条件における孤立系及び配列系輸送物において未臨界であることが確かめられた。

3. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

3.1 使用を予定する期間

- 製造後70年を想定。(製造から41年が経過、今後29年の使用を予定)
- 使用回数としては、年1回を想定
- 核燃料輸送物の輸送1回当たりの輸送に要する日数を365日と想定。

3.2 使用を予定する期間中に想定される使用状況

状態	収納物	使用状況
保管中	無	<ul style="list-style-type: none"> ・輸送容器は、屋内保管とする。 ・当該輸送容器の性能の維持を確認するために、安全解析書に基づく定期自主検査を年1回以上実施する。
輸送開始前	有	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料輸送物は、収納物を収納後から輸送実施までの間、施設の管理区域内に最長で3カ月程度屋内保管とする。 ・核燃料輸送物の発送前には、安全解析書に基づく発送前検査を実施する。
輸送中	有	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料輸送物は、輸送車両若しくは船舶により輸送される。 ・輸送中に想定される衝撃、振動に対し耐えるように車両等に固縛し輸送を行う。 ・輸送期間は、3カ月程度を予定する。
輸送後	無	<ul style="list-style-type: none"> ・輸送終了後、施設の管理区域内（屋内）にて、輸送容器の健全性確認のための外観検査を実施。 ・輸送容器は、屋内保管とする。

3. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

3.3 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼）

主要材料	経年変化の要因	経年変化の評価
ステンレス鋼	熱	一般の試験条件下の太陽輻射熱ありの条件における最高温度は425℃以下であり、本材料では機能の低下は起きないため、熱による経年変化への影響は受けない。
	放射線	年間1回、1回の輸送に要する期間を365日として、70年間使用する条件下で、構造部品の特定の1cm ² に、集中して中性子が照射されたとしても、その中性子照射量は、許容値10 ¹⁶ n/cm ² 以下であるため、放射線照射による経年変化の影響は受けない。
	化学的变化	<p>ステンレス鋼は腐食しにくい材料であり、輸送中に予想される海塩粒子付着による腐食に対しても、実用上影響はない。また、ステンレス鋼の大気中での腐食深さは、年間1μm（0.001mm）以下であり、70年間使用する条件下での環境下（大気中）での腐食深さは最大で0.07mmと推定される。</p> <p>（□）章 A6.2 強度試験・落下試験Ⅱ（1m落下時）において、腐食による板厚減少（0.07mm）が、製造時の最小の厚さ部分で起きた場合においても余裕率は正であることから、構造強度への影響はなく、経年変化の影響はない。さらに、万一腐食が生じた場合でも、定期点検・保守作業等により腐食の有無は確認でき、適切に対応する。</p>

3. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

3.3 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼）

主要装置	経年変化の要因	経年変化の評価
ステンレス鋼 ・吊上装置 ・蓋締付用 ボルト	繰り返し荷重による疲労	<p>(1)吊上装置（本体胴吊上金具）は、(□) 章A.4.4で示したとおり、使用予定年数における想定繰り返し回数（10,000回）は、許容繰り返し回数より十分に低く、疲労による経年変化の影響を受けない。</p> <p>(2) 蓋締付用ボルトは、(□) 章A.5.1.4に示したとおり、使用予定年数における使用回数（300回）は、許容繰り返し回数より十分に低く、疲労による経年変化の影響を受けない。</p>

3. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

3.4 核燃料輸送物の経年変化の考慮（中性子吸収材）

主要材料	経年変化要因	経年変化の評価
中性子吸収材	熱	本材料は、構造強度部材でないため、熱による経年変化を考慮する必要はない。
	放射線	年間1回、1度の運搬に要する期間を365日として、70年間使用する条件下で、構成部品の特定の1cm ² に、集中して中性子が照射されたとしても、その中性子照射量は、核燃料輸送物内の中性子照射量は低く、この中性子捕獲によって中性子吸収材が著しく消耗されることはないことから、放射線照射による経年変化の影響は受けない。
	化学的变化	本材料はステンレス鋼に覆われた密閉空間にあり、外気と接触することはなく腐食等が生じるおそれはないことから、経年変化の影響は受けない。
	疲労	内外圧力差や取扱いに起因する応力は生じないため、疲労による経年変化を考慮する必要はない。

以上のことから、使用予定年数において経年変化の要因を考慮しても、技術上の基準に適合していることを確認した。